

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第237回

平成30年7月3日（火）

原子力規制委員会

核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合

第237回 議事録

1. 日時

平成30年7月3日（火） 15:00～17:00

2. 場所

原子力規制委員会 13階 会議室B、C

3. 出席者

担当委員

田中 知 原子力規制委員会委員

原子力規制庁

青木 昌浩 原子力規制部 新基準適合性審査チーム チーム長代理

宮本 久 原子力規制部 新基準適合性審査チーム チーム長補佐

大向 繁勝 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

高橋 昌行 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

梶見 亮司 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

川末 朱音 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

木村 裕一 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

三好 慶典 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

宮下 勇二 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

石島 清見 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

小島 侑也 原子力規制部 新基準適合性審査チーム員

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

篠崎 正幸 高温工学試験研究炉部 部長

和田 茂 研究炉加速器技術部 次長

村尾 裕之 研究炉加速器技術部 NSRR 管理課 マネージャー

井澤 一彦 臨界ホット試験技術部 臨界技術第1課 マネージャー

車田 修 安全・核セキュリティ統括部 安全・核セキュリティ推進室技術副主幹

篠原 正憲	安全・核セキュリティ統括部	安全・核セキュリティ推進室	技術副主幹
飯垣 和彦	高温工学試験研究炉部	H T T R 技術課	マネージャー
濱本 真平	高温工学試験研究炉部	H T T R 技術課	研究副主幹
清水 厚志	高温工学試験研究炉部	H T T R 運転管理課	技術副主幹
澤畑 洋明	高温工学試験研究炉部	H T T R 運転管理課	主査
近藤 誠	高温工学試験研究炉部	H T T R 運転管理課	主査
猪井 宏幸	高温工学試験研究炉部	H T T R 計画課	技術副主幹
酒井 俊也	保安管理部	危機管理課	課長
荒木 正明	研究炉加速器技術部	J R R - 3 管理課	マネージャー
小林 哲也	研究炉加速器技術部	J R R - 3 管理課	技術副主幹
堀口 洋徳	研究炉加速器技術部	利用施設管理課	技術副主幹
山口 淳史	研究炉加速器技術部	J R R - 3 管理課	主査
加部東正幸	保安管理部	危機管理課	マネージャー

4. 議題

- (1) 日本原子力開発研究機構の試験研究用等原子炉施設 (STACY及びNSRR) の新規制基準適合性に係る審査の進捗状況について
- (2) 日本原子力開発研究機構の試験研究用等原子炉施設 (HTTR) の新規制基準適合性に係る審査の進捗状況について
- (3) 日本原子力開発研究機構の試験研究用等原子炉施設 (JRR-3) の新規制基準適合性に係る審査の進捗状況について

5. 配付資料

- 資料 1 - 1 新規制基準への適合性確認に係る原子炉設置変更許可後の認可手続きの進捗状況について (NSRR施設)
- 資料 1 - 2 新規制基準への適合性確認に係る原子炉設置変更許可後の認可手続きの進捗状況について (STACY施設)
- 資料 2 HTTRにおける審査状況について
- 資料 3 JRR-3における審査の状況について
- 資料 3 - 1 使用済燃料貯蔵施設 (DSF) の津波対策について

資料3-2 JRR-3「試験研究の用に供する原子炉等への位置、構造及び設備の基準に関する規則」への適合性（第40条）

6. 議事録

○田中委員 それでは、定刻となりましたので、第237回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合を始めます。

今回は、今年6月6日の第13回原子力規制委員会で議題となった審査の透明性向上の観点から、前回の審査会合より長期間たっており、面談といいたいでしょうか、ヒアリングのみが実施されている状況が続いているもの等があるため、審査会合の場で、現状について確認を行うものであります。

本日の議事ですが、議題として三つございまして、一つ目がJAEAにおけるSTACY及びNSRRの設工認申請の状況、そして大洗研究所のHTTRと原子力科学研究所のJRR-3の設置変更許可申請の状況について確認を行ってまいりたいと思います。

本日の配付資料は議事次第に載っているとおりでございます。

なお、発言の際には、マイクを引き寄せていただいて、所属と名前を言ってからお願いいたします。

それでは、議題の一つ目といたしまして、JAEAにおける原子炉施設の設工認申請に係る適合性確認の実施状況ということで説明いたします。

本件STACY及びNSRRにつきましては、昨年度に設置変更許可を受けており、現在は設工認申請の審査を進めておりますが、現在の状況を確認したいと思います。

それでは、資料の1-1と1-2につきまして、JAEAの方から説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（村尾マネージャー） 原子力機構、NSRRの村尾と申します。

それでは、資料1-1を用いまして、新規制基準の適合性に係る設置変更許可後の認可手続の進捗状況（NSRR原子炉施設）について、御説明いたします。

まず、1.でございますが、設置変更許可申請書の状況としましては、平成27年3月31日に申請して、平成30年1月31日に許可を得ております。その間、延べ5回の補正申請を行っております。

許可に記載しております工事計画を2.に載せております。こちらは別紙としまして、一番最後のページに載せておるところでございます。

工事計画につきましては、30年2月22日付で変更の届け出をしておりまして、それを一

番後ろのページに載せておるところでございます。

3. としまして、設計及び工事の方法の認可申請について御説明いたします。

申請概要としまして、(1)がございまして、まず、分割申請する理由でございますが、工事に要する期間等を考慮しまして分割申請しております。

申請としましては、計5本の申請を行っております。

表に記載しておりますとおり、その1からその5までの内容となっております。

細かい内容の説明につきましては、割愛させていただきます。

これらの申請の状況が(2)に記載しております。

申請の時期としましては、設工認申請のその1につきましては、29年7月に申請して、認可を、本年、平成30年2月20日に得ております。その2につきましては、平成29年8月4日に申請をして、30年2月26日に認可を得ております。それから、その3につきましては、29年8月24日に申請して、本年の30年2月15日に認可を得ております。その4につきましては、29年10月13日に申請し、本年、30年4月20日に認可を得ております。ここまで、その1からその4につきましては、既に全て認可を得ているところでございます。

それから、その5でございますけれども、こちらは平成29年12月13日に申請し、現在、審査いただいているところでございます。直近の補正申請としまして、平成30年6月22日に補正申請を行っているところです。設工認、その5につきましては、経過措置をいただいております耐震改修工事に関する設工認申請でございます。

(2)の②としまして論点を記載しておりますけれども、設工認申請のその5につきましても、補正申請におきまして、それまでの審査でいただいているコメント等を全て反映しておるところでございますので、特に論点としてはないと考えております。

続いて、③の今後の予定でございますけれども、設工認申請その5の認可を取得して、耐震改修工事を行うことを計画してございます。本年の9月までの運転実施を計画しております、その運転を行った後に工事に着手したいというふうに考えております。

続きまして、次のページに行きまして、4. 保安規定の変更認可申請の状況でございますけれども、申請としまして、平成30年3月6日、これは一度取り下げて再度申請した申請年月日でございますけれども、その後、平成30年3月22日に認可を得ております。

新規制基準対応として、保安規定については他に申請する案件はございません。

NSRRの資料としまして、ひとまずここまででございます。

○田中委員 では、引き続き、資料1-2の方も説明願います。

○日本原子力研究開発機構（井澤マネージャー） 原子力機構、井澤でございます。

それでは、お手元の資料1-2を使いまして、御説明を続けさせていただきます。

STACY施設の許認可の状況でございますけれども、まず、1. 設置変更許可につきまして、冒頭御紹介のありましたとおり、平成30年1月31日に御許可をいただいております。

2. 工事計画は、ちょっと後で御説明いたします。

3. 設計及び工事の方法の認可申請。

ちょっとこの表わかりづらいところがありますので、口頭で捕捉しながら御説明を差し上げますが、STACYの現在の設工認、3本出ておりまして、最初の1本が4分割されております。それが最初の表から、次のページ、3ページまでにわたって、第1回、第2回、第3回、第4回となっております。それがSTACY本体の更新を行う工事でありまして、これが一番大きいものでございます。

それから3ページ目の下から2行目、ぼちっとありますのがウラン棒状燃料の製作。

これは更新後の運転に用いたいと思っております燃料の買い足しでございますね、それを考えているものでございます。

それから、実験棟Aの耐震改修。これは管理区域外の小さなところですが、耐震改修が必要であるということで、これも設工認を出させていただきます。

これらの状況でございますけれども、ページをめくっていただきまして4ページ目でございますが、「第1回申請」と書いてあるところでございますが、これは旧STACY、古い方のSTACYを解体撤去して、新しくつくる前に、まず、どかすという申請でございますが、これは既に平成30年3月29日に御認可をいただいております。

それから第2回申請。旧STACYをどけた後にですね、新しい炉心を入れるための架台や炉心タンク等を据えつける工事でございますけれども、これは一度補正させていただきましたが、現在も御審査いただいているところでございます。

それから第3回、第4回は、それらができました後、さまざまな機器を据えつける、実験機器等を据えつける工事がございますけれども、これは現在申請を準備しているところでございます。

それとは並行に、ウラン棒状燃料の制作。これについては既に5月30日に御認可をいただきまして、これも着手をしてございます。

それから、最後に実験棟Aの耐震改修でございますけれども、これは2回の補正ですね、3月7日、それから、つい先日、平成30年6月22日に申請させていただきます、現在、御

審査をいただいております。

では、(2)、②の論点でございますけれども、今、主に審査いただいているのは、第2回申請でございますが、幾つか御質問いただいておりますけれども、事実関係の確認が主で、特に技術的にどうこうということは、私どもはないと考えておりますので、淡々とお伺いさせていただくということで、論点は特になしと書かせていただいております。

今後でございますけれども、これはこの隣のページ、5ページ目も見ていただければと思いますが、実験棟への耐震改修、これはもう終盤と私どもは考えてございますので、御認可をいただければ、今年度中に耐震改修工事を行いたいと考えてございます。

それから第2回申請。御審査中でございますが、私ども補正が必要と今考えてございまして、補正を準備いたしまして、認可をいただければ今年度中に機器の製作にかかりたいと思っております。

それから、また今年度中に第3回、第4回申請を行わせていただきたいと思っております。

4. 保安規定の変更認可申請でございますけれども、STACYの保安規定は大きく二つに分かれておりまして、変更は二つになると考えてございまして、対象は不使用設備保守管理に係る保安規定変更。これは旧STACYで使わなくなった設備を不使用設備にいたしますということで、更新中の運転を行わない状況の保安規定をつくるというのが第1でございまして、これは既に認可をいただいて施行してございます。

それから、STACYを再稼働する前にはですね、STACY原子炉運転に係る保安規定の変更をさせて運転ができるモードに施設をもっていきたいと、その保安規定の申請、それから御認可は来年度に私どもは考えてございます。

現況は、止まっている状態としての新規制基準への適合に係る保安規定変更申請については(1)において対応してございます。止まっている状態ではこのような状態になると考えております。

今までのを総合いたしますと、最後、5ページ目に工事計画がございまして、最初の大きな設工認が上の2行に二つ、「既存設備分離」「原子炉本体及び棒状燃料貯蔵設備Ⅱ」と書いておりますのが4回に分割されている設工認でございまして、最初の一番上の行が旧STACYを解体撤去する、それから新しいSTACYを据えつけるというのが2行目でございます。それから棒状燃料を調達するというのが上から3行目、それとは並行に建屋の耐震改修を行って、再稼働前には建屋の耐震改修を終了すると、このようなスケジュールを考え

てございます。

以上、STACYの設工認の状況については以上でございます。

○田中委員 ありがとうございます。

それでは、ただいまの説明に対しまして、規制庁の方から、何か質問とか、確認とか、ございましたらお願いいたします。いかがでしょうか。

○川末チーム員 規制庁、川末です。

先ほどの御説明で、第3回申請及び第4回申請について、今年中にということだったんですけど、具体的にいつごろでしょうか。また、理由もあわせてお聞かせいただければと思います。

○日本原子力研究開発機構（井澤マネージャー） 原子力機構、井澤でございます。

資料1-2でよろしいですね。

第3回申請は、ここには書いてございませんけれども、8月を目処に私どもは準備したいと考えております。それから第4回申請でございますけれども、これは10月を目処に考えてございます。

以上です。

○田中委員 よろしいですか。

あと、ありますか。

○川末チーム員 規制庁、川末です。

同じくSTACYについてなんですけれども、3本、今、設工認の申請をいただいているということで、その分割の理由については、工事に要する時間等を考慮するためということで具体的に記載いただいているんですけれども、今、その3本でその設工認とした理由について御説明をいただきたいと思っております。

○日本原子力研究開発機構（井澤マネージャー） 原子力機構、井澤です。

3本の設工認といたしましたのは、工事が三つあると私どもは考えましたもので、そのようにしてございます。

まず最初のSTACY更新工事でございますけれども、これは御存じのとおり、私ども、最初のこの計画を立てて許可を申請いたしましたのが平成23年2月でございます、大震災前でございます。もともとSTACY更新工事という1本の作業がございまして、これが一つ。

それからウラン棒状燃料。実験を自由に行うためには、私どもは今現在手持ちの燃料がございまして、さらに実験を自由に行うためには買い足しが必要であるということ

で、作り足すというのがもう1本。

それからですね、この対応作業、新規制基準対応許認可作業を進めている最中に、平成19年の建築基準法の改正で、耐震基準を適用するとなれば再稼働前までには実験棟への耐震改修を行う必要があると認識いたしましたので、この実験棟への耐震改修は管理協議会で建屋の炉心から外れたところをちょっと行うというものでございますので、これが3本目ということで、以上、3本独立した工事があるかなということで3つに分けてございます。

○田中委員 よろしいですか。

あと、何かありますか。

○宮本チーム長補佐 すみません、規制庁の宮本です。

ちょっと資料で教えてもらいたいですけれども、この5ページのところに工事計画の表がありますけれども、ちょっとこれがどういう意味なのかというのと、これが分割との関係でどういう関係なのかということをお教えいただきたいということです。

これは、例えば四つに分かれていて、5ページのところ、二つ目以降は、30年度のスタートから制作、検査、工事となっていますけれども、このスタートというのは何を指しているのかというのとその先ほどの設工認との関係、これを教えていただけますでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（井澤マネージャー） STACYの井澤でございます。

今、御指摘のありましたとおり、この工事計画は平成30年2月22日付で変更を届け出させていただきましたもので、いささか古うございますが、このスタートといえますのは、この計画においては設工認をいただくときを着手と考えてございます。

既に過ぎているとお考えかもしれませんが、これは四半期単位で刻んでおりますので、30年度の第1四半期はもう終わりましたので、これは近々に変更の届け出をさせていただきたいと考えております。

以上です。

○宮本チーム長補佐 わかりました。そうすると、その届け出をするときをお願いなんですけれども、この5ページのところは当初考えていた枠組みであって、今の設工認の枠組みとは合っていないので、今後、今の状態でわかるような枠組みに変えて、わかるように提出いただきたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（井澤マネージャー） 原子力機構、STACY担当の井澤でございます。

今おっしゃることは承知いたしました。次回、届け出をさせていただくときには、設工

認の別れ具合と合わせた形にさせていただきたいと思います。

○田中委員 よろしいですか。あと、ありますか。いいですか。

はい。それでは、議題の1はですね、これで終了いたします。どうもありがとうございました。

ここで、出席者の入れかわりがございますので、3分程度、中断いたします。

(休憩)

○田中委員 それでは、再開いたします。

議題の2といたしまして、HTTRの設置変更許可申請に係る新規制基準に対する適合性審査の状況について確認してまいります。

本件設置変更許可申請の施設側の審査は概ね終了していると平成29年10月の第222回会合で確認したところですが、その後ヒアリングが続いており、最終の補正までに時間を要していることから、状況及びその内容について確認するものであります。

それでは、資料の2につきまして、JAEAの方から説明をお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（篠崎部長） 原子力機構、HTTRの篠崎です。

本日は、よろしくお願いいたします。

今から、審査会合後のヒアリングで説明させていただきました6条関係の外部火災、それから53条関連の内容について、担当の方から説明させていただきます。

よろしくお願いいたします。

○日本原子力研究開発機構（飯垣マネージャー） 原子力機構、飯垣です。

それでは、資料2に基づきまして御説明させていただきます。

1枚めくっていただきまして、裏面でございます。こちらにこれまでの審査会合以降に主にヒアリングで確認した事項を記載してございます。

先ほど御説明がありましたけれども、(1)の第6条関係ということで外部火災、あと、(2)第53条関連ということで多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止についてでございます。

その下のところに図として表をつけてございますが、これが今までの審査会合等の状況でございます。設置許可につきましては、平成26年11月26日に申請しまして、今現在までで4回補正を行ってきてございます。

そのうち、今回御説明する自然現象につきましては、外部火災としてハッチングした部分ですけども、この期間にヒアリングを実施しているというものでございまして、外部火

災につきましては数回程度、あと、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止につきましては20回程度ヒアリング等を行っているものでございます。

次、中身に入らせていただきますけれども、上の(1)の6条関係で、a、b、cとございます。これが主な内容でございますして、まずは冷却塔、排気筒を防護対象として温度評価するよう見直したというものと、機械棟及び固定モニタリング設備については代替措置を講じることで安全機能を損なわない設計とするということでございます。

これまでは、その審査までは散水等により守るという考え方を示してきたものでございますが、ここを少し変えたというものでございます。

Cにつきましては、森林火災に対して、安全施設の安全機能を損なわないよう原子炉施設周辺の樹木を管理するということですが、こちらについては当方保安規定等で確認するというふうに考えてございましたが、これを許可の方に記載するというふうに変更してございます。

中身については、次の別添1、こちらがヒアリング資料の抜粋になりますが、1枚めくっていただきました、下のページ、別-1でございます。

こちらに回答がございまして、まず、冷却塔、排気筒の森林火災、危険物貯蔵施設のタンクの火災と航空機墜落などによる火災影響評価を行いまして、その結果を表1に示してございます。

表1に示しますように、冷却塔、排気筒につきましては外側がコンクリートでございますして、200℃を超えないということを確認しております。

次に、機械棟につきましては、こちらコンクリートでないんですけれども、この中に屋内用の消火栓がございまして、その消火ポンプが使えない場合には消火器等により対応するという事で代替措置を行うと。

次に、固定モニタリング設備については、可搬型のモニターで対応するという事で、こちらでも代替措置をするということで御説明をさせていただいております。

以上が外部火災の内容になります。

続きまして、第53条の多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止についてでございます。こちらについては、まず現在の設置変更許可申請書の概要についてざっと説明させていただきまして、その後、今回、a、bと書いてございますが、使用済燃料貯蔵建屋の換気空調装置が復旧できない場合の措置として、消防自動車を用いてラックに放水するというもので、審査会合においては、代替排風機を設置して行うといったところを変更して

ございます。

次に、bでございますけれども、二重管破断事故時に拡大して、燃料及び黒鉛材料の健全性について説明してございます。

それでは、設置変更許可申請書の概要説明としまして、下ページの別-5ページになります。

こちらにHTTRのBDBA、53条に基づく基本的な考え方を示してございます。

HTTRでは、事故シーケンスでDBAからBDBAに事象が発展するといった評価ではございませんで、いきなりBDBAが起こるといった形で事故想定をしてございます。

その事故の想定に当たりましては、原子炉の運転の異常な過渡変化及び設計基準事故時に機能を期待する原子炉停止機能、炉心冷却機能と放射性物質の閉じ込め機能のいずれかが故障したことを重畳して事象を選定いたします。

このときに高温ガスの特徴を考慮しまして、下のa、b、cですけれども、放射性物質等の放出の影響と、あと空気侵入等による黒鉛酸化の影響、次に黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスの爆発による影響が大きいものについて選定いたします。

本現象につきましては、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限りは多量の放射性物質は放出しない。また空気侵入による黒鉛酸化、可燃性ガスも発生しないということで、バウンダリの破断口が最も大きくなる1次冷却設備の二重管破断事故を設計基準の事象として選ぶというふうに、これに止める、冷やす、閉じ込めるを重畳させるといった形で事故を想定しています。また、使用済燃料についての損傷についても検討を行うということです。

2.ですけれども、事故の想定としまして、まず最初に現象に係る想定としましては、設計基準事故に、原子炉停止機能を、冷却機能の喪失を仮定いたします。このときは、設計基準事故に何らかの原因によりまして全制御棒がスクラム、挿入失敗となります。

次のページに行きまして、といった場合を想定するものと、あと設計基準に何らかの原因により炉心冷却機能が喪失する事象を想定いたします。

こちらは模式図で示しますと、別-55ページに図面がございます。添付図の2の方が、原子炉停止機能が喪失した場合のものでございまして、真ん中ほどの下のところ、二重管が破断したところを示してございまして、あとスクラムが失敗しています。しかしながら格納容器は健全であると。

次の56ページの方が、炉心冷却機能が喪失する場合でございますけれども、こちらも同

じように二重管が破断し、冷却機能が喪失してございますが、格納容器は健全であるといったものです。ということで、格納容器は健全であるということで、多量の放射性物質を放出することはないというふうにしてございます。

一方、閉じ込め機能の喪失につきましては、設計基準事故に何らかの原因で閉じ込め機能が喪失するという事象を想定します。このときに炉容器冷却設備とか、非常用空気浄化設備とかといった機能喪失も重畳させていきます。

それが先ほどの57ページ目でございますけれども、こちらが模式図になってございまして、こちらでは二重管破断プラス格納容器破損と書いてございますが、これが機能を喪失して、ここから放射性物質が放出するといった形になってございます。このときに、事故発生後、原子炉は自動停止して未臨界になります。

このことから、燃料は初期温度を上回ることはなく自然に冷却されるため、著しい燃料の破損は生じません。しかしながら原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失していることから、多量の放射性物質を放出するおそれがあるということでございます。

ということで、設計基準事故と閉じ込め機能喪失を重畳させたものを多量の放射性物質を放出する事故として、3.1に示す措置を講ずるということにしております。

続いて、2.2の使用済燃料の事故の想定でございます。

HTTRでは、使用済燃料貯蔵設備として原子炉建屋内に水冷却、間接の水冷却の使用済燃料貯蔵プールと、あと使用済燃料貯蔵建屋に空気冷却の使用済燃料貯蔵セルを有してございます。

別-7ページの(1)の上でございますけれども、まず、原子炉建屋内の使用済燃料プールについて御説明いたします。

事象としては冷却機能が喪失した場合、プール水冷却設備が機能喪失した場合ですけれども、こちらの場合、プール水の温度が徐々に上昇しまして、約15日間で100℃に達します。その後、プール水の蒸発により冠水維持できなくなると燃料温度はさらに上昇しまして、約24日程度でラックの強度を確保できなくなる800℃に至りまして、燃料の設計限界である1,600℃に至るおそれがあるということで、燃料破損に至る可能性があるので、3.2に示す措置を講ずるということにしております。

次(2)で、こちらが使用済燃料貯蔵建屋のほうのセルでございます。審査会合以降変更があったのはこの部分でございます。こちらにも換気空調設備も冷却器具を想定してございますが、こちらにつきましては一般公衆に対して過度の放射線被ばくのおそれはない

という結果でございました。しかしながら、極めて保守的な条件として、建屋の屋根とか、壁とかが壊れて、空気との自然対流による熱伝達ができなくなった場合を考慮すると、燃料の温度が上昇して破損する可能性があるということで、3.2に示す措置を講ずることとしてございます。

次に3.で、事故の拡大防止についてでございます。3.1、まず原子炉のほうでございますけれども、多量の放射性物質を放出するおそれがある事故が発生した場合は、a以下のことを行います。具体的には仮設電源、仮設計器接続により、原子炉の状態を監視する。その後は、可能な限り、原子炉の冷却機能を復旧させたり、放射性物質の放出低減機能を復旧させたり、閉じ込め機能を回復するということに努めます。

それもできない場合については、モニタリングの結果、放射線量が高いということがわかりましたら、消防自動車を原子炉建屋の周辺にまで配置しまして、次のページですけれども、消防自動車を用いて、原子炉格納容器へ放水し、放射性物質の放散抑制と、あと黒鉛酸化の抑制について、早期に収束を進めるということで、格納容器への放水を行うという措置を行います。

続きまして、3.2のところ、使用済燃料に関するところです。原子炉建家のほうにつきましては、冷却機能が喪失した場合は、プール水冷却設備を復旧する。次bが、これができない場合は、純水供給設備を復旧する。cで、それができない場合には、消防自動車によりプールに水を注水することを行います。

最後になりますけれども、こちらが使用済燃料貯蔵建家のほうのものでございます。こちら先ほど申しましたとおり、一般公衆に過度な放射線被ばくを与えるおそれはありませんけれども、以下の、空気との自然対流熱伝達による冷却できなくなった場合を想定しまして、換気空調装置を復旧する。あとは復旧できない場合は、消防自動車を配置しまして、放水シラックを冷却するといったことを行います。

こちらについては、別-47ページでございますけれども、こちらが審査会合で御説明させていただいた内容です。ここに真中辺りに四角囲みで囲ってございますけれども、(2)のところでございます。審査会合のときは、このときの説明としましては、換気空調設備の復旧に対しては同じなんですけれども、復旧できない場合は、代替排風機により貯蔵ラックを冷却するといった形で御説明をさせていただいてございます。

その後、ヒアリング等で少し変わってございます。このときの燃料温度の評価につきましては、別-53ページのほうに記載がございまして、こちらでは燃料プールと同様に冷却を

しない場合はどんどん温度が上がりまして、約28日で800℃に至るということで、燃料の破損のおそれがあるということの評価して、このような対策をしているところでございます。

その後、審査会合以降にヒアリング等で燃料温度の評価条件を変更するというところで、御説明させていただいております。それが別-75でございますけれども、こちらは審査会合後のヒアリングの説明資料になってございます。

真中辺りに回答というところでございますけれども、過度の放射線被ばくを与えるおそれがあるということで、1~4の項目がございまして、これについて回答してございます。特に燃料温度については①、②で記載してございまして、こちらについて御説明をさせていただきます。

まずモデルにつきましては、別-79ページのところでございます。79と80ページでございます。80ページのほうが初回申請時のモデルで、79ページが再評価のモデルでございます。基本的には横と下が断熱になってございまして、自然対流熱伝達、上のほうに熱が逃げるといような形でモデル化してございまして、中の寸法を現実的な寸法にしているというものでございます。

1枚戻っていただきまして、別-78ページでございますけれども、こちらがそのときの評価の計算条件の比較でございまして、左側が再評価で右側が初回時の評価として二重線を引いたところが変更になっているところでございます。

まず一番上のところですが、ラック内の使用済み燃料の冷却期間を申請のときは2年間10体を考慮していたものを、再評価時では2年間を5体、あとの4年間を5体ということで、HTTRの燃料の交換の現状に対応しているというものです。

その二つ下のところが、冷却機能の喪失事象後の崩壊熱の現象でございますけれども、初回時は考慮していませんが、再評価では考慮したというものでございます。

それで、ずっと下にいただいていただきまして、下から二つ目の○でございますけれども、こちらが一番大きいところで、初回時には仮想的に昇温速度を一定と仮定しましておりましたところ、再評価では昇温速度を計算により算出してございます。こちらの結果が別-82ページでございますけれども、その上側の図3でございます。

一番左に斜めで出ているのが初回時の評価結果でございまして、なだらかに下がっているものが再評価の結果でございます。こちらは先ほどの申請時の評価とかなり図が異なっておりますが、横軸のスケールがかなりこちらは長くなっておりますので、その辺が

ちょっと変わって見えるものと思います。

ということで、もとに戻っていただきまして、それで結果として、ラックは800℃に到達しないということで、御説明させていただいております。また1ページ戻っていただきまして、別-76ページですけれども、その下から8行目程度ですけれども、先ほども申しましたけれども、空気の自然滞留熱、これで燃料が壊れるということは評価上ないんですけれども、評価に使ったモデルの条件が崩れた場合ということで、空気の自然対流の熱伝達による冷却ができない場合は、燃料破損する可能性があるということで、a. b. の対応をするということで御説明させていただいております。こちらがBDBAの一つ目の回答でございます。

二つ目としまして、黒鉛材料の健全性について御説明させていただいているものでございます。こちらも別-115ページでございます。こちらも審査会合以降にヒアリングで説明させていただいたもので、こちらは第3回の補正後にいただいたコメントでございます。

二重管破断+閉じ込め機能が喪失した場合のことでございまして、このときの空気の炉内の流入と、あと流入する時点での黒鉛構造物の温度がどの程度で、それが著しい酸化反応をしないかということでございます。

回答としましては、二重管破断事故を模擬した実験によりますと、破断後に空気の侵入が開始するまでは数時間というふうの実験で出ております。このときに炉心下部の温度は大体600℃程度でございまして、この温度領域では細孔内拡散律速から化学反応律速へと遷移する温度域であることで、事故直後からの反応速度としては3桁程度低下して、著しい酸化は生じないというふうな回答をしております。

次が、別-122ページでございます。こちらについても黒鉛についての御質問をいただいているところに回答しているものでございます。

1~7でございますけれども、大きなところを二つ、三つ回答させていただきます。

まず②のところでございますけれども、こちらの仮想的に酸素を供給した場合、高温の黒鉛構造物は、著しく酸化するのか。③については、それが水だった場合はどうなのか。次④につきましては、②または③に関連して、黒鉛構造物が酸化して崩れた場合、燃料が損傷することはあるか、といったような内容でございます。

まず②でございますけれども、こちらは高温の黒鉛に接した酸素は即座に化学反応、酸化反応を起こすため、境界内拡散が律速段階にあります。酸素濃度の上昇は黒鉛の表面に供給され、酸素を線形的に増加させるのみであるので、一定の濃度を超えた際に著しい酸

化が生じるということはありません。

③、水反応につきましては、水による黒鉛の酸化反応速度が顕著になるのは、酸素による酸化よりも高く、水による著しい黒鉛酸化の問題はないと考えてございます。

次④でございますけれども、仮想的に黒鉛ブロックが酸化し、燃料領域が崩れた場合は、燃料体が40cmほど落下することが考えられますけれども、静的な破壊試験の結果から被覆燃料粒子に有意な破損が生じるのは、約800G以上の加速度が作用した場合でございます。

というのと、あと燃料棒につきましては、燃料コンパクトの上下端に緩衝板が装填されているということで、直接衝撃がコンパクトに作用をすることはありませんというのと、次のページをめくっていただきまして、別-124ページに燃料コンパクトの断面図を示してございますけれども、このように被覆燃料粒子は黒鉛素地中に分散しているということで、直接荷重が加わることはないことから、燃料は壊れることはないと考えてございます。

なお書きなんですけれども、例えば40cm落下したとしても、最終落下速度は約2.8m/s となり、このとき加速度が140Gとなるので、被覆燃料粒子を破損させることはないという説明をしております。

ということをヒアリング等で御説明してきてございます。

説明としては以上です。

○田中委員 ありがとうございます。

それではただいまの説明に対しまして規制庁のほうから質問、確認等がありましたらお願いいたします。

○大向チーム員 規制庁の大向です。

今JAEAさんのほうから御説明いただきましたけれども、この内容は新たに審査をしているというものではなくて、審査会合で審査されたことに関して後段規制で確認するような内容であっても新規制基準で新たに要求されたということですので、許可の段階でもその実現の可能性とか、現象のところを確認しておく必要があるという観点からヒアリングを重ねていきたいというふうに御理解いただければと思います。

以上です。

○田中委員 という理解でよろしいですか。

あと何かありますか。

○榊見チーム員 規制庁、榊見です。

53条関連で幾つか確認させていただきたいと思います。

まず停止機能の喪失と冷却機能の喪失と一部閉じ込め機能の喪失を重畳させるということで、二重管破断事故時にスクラム失敗するという事象を想定されていて、そのときの燃料の温度が1,600℃を超えませんかという御説明なんですけれども、そこについて、少なくとも格納容器（CV）の中の空気がある程度時間がたつと炉内に入って行って、若干酸化が起こることだと思うんですけれども、そのときの黒鉛の発熱というのは考慮されていますでしょうか。

○原子力機構（濱本研究副主幹） 原子力機構の濱本です。

それは酸化による黒鉛表面に生じる発熱の考慮という理解でよろしいでしょうか。

○榊見チーム員 規制庁、榊見です。

要するに原子炉の構成要素としての黒鉛の発熱なので、燃料の温度が高いところという、そこまで空気が入ってくるのかどうかわからないんですけど、要するに燃料温度の評価に黒鉛の発熱というのを考慮されていますかというのが直接の質問です。

○原子力機構（濱本研究副主幹） 原子力機構の濱本です。

炉心の発熱量、燃料その物の発熱量に比べて、酸化による発熱量は十分小さいと考えて評価しております、そういうふうに評価しております。

○榊見チーム員 規制庁、榊見です。

今度はCVが破損して、炉外といいますか、施設の外の空気がどんどん入ってくるような状況でもそれは同じと言えるのか、あるいは炉心の空気がだんだん、温度が下がってから入ってくるからあまり影響がないということなのか、その辺はいかがですか。

○原子力機構（濱本研究副主幹） 原子力機構の濱本です。

ここにもう書いておりますように、数日後から原子炉の中にその周りの空気が入っていくという段階で炉心の温度は十分といいますか、冷え、600℃台を下回りますので、後者の回答になります。影響ないようになるということです。

○榊見チーム員 規制庁、榊見です。

別-25ページの図の燃料最高温度だと、1,500℃を超えているような状況が200時間くらい続くというふうに示されているんですけれども、そうすると数日というところ、燃料の温度が保たれているだけで、何ていうんですか、この評価と空気がいつ入ってくるのか、あるいは酸化反応がどの程度起こるのかということとの関係がちょっとよくわからないんですけれども、その辺を説明していただけますか。

○原子力機構（飯垣マネージャー） 原子力機構の飯垣です。

別-25ページにつきましては、書いてあるとおり、燃料最高温度ということで、直接一番高いところを見てございますけれども、評価で使う部分につきましては、炉心の一番下のところ、空気が入っているところでございますので、ここよりは温度はかなり下がっているものと考えております。

以上です。

○田中委員 よろしいですか。

○青木（昌）チーム長 原子力規制庁の青木です。

本件の審査は2年くらい前にしまして、私もちょっと2年前の文書をかなり読ませていただきましたけれども、ちょっとやはり今から、先ほどから質問しております、この黒鉛の燃焼との関係で当時もちょっとあまり審査会合の場で聞いていなかったと思ひまして、質問させていただいております。

具体的には別-123、先ほど正に説明のときに言及がありましたけれども、別-123⑦で、高温ガス炉で使用される原子炉の黒鉛は燃焼が起きない、かつ事故時の空気侵入による酸化が火災に至ることはないということで、要はいわゆる原子力エネルギーによって温度が上がるというのがわかるんですけれども、これに高温ガス炉が先ほどなかなか空気が入らないところなんですけれども、仮に今はいろんな状態を想定しておりますので、黒鉛が空気に非常に燃焼という意味では理想的な状態で接したとしても、ここの別-123にあるように、燃焼が起きて、それによってエネルギーが加わると、さらに温度が上がるということはないんでしょうかということを確認したいということです。

○原子力機構（濱本研究副主幹） 原子力機構の濱本です。

御質問の燃焼について、恐らく我々の回答が少し伝え切れていないのかなというのを思っているんですけれども。ここで、そもそもの酸化による燃焼を、正式にいうとここで自己継続的な酸化というふうにちょっと言わせてもらっています。これは通常の石炭と違って、結晶性を持つ黒鉛の場合、セルフ・サスペンド・バーニングという状態にならないと。さらされても自分でどんどんCOを出してCOをさらに燃やすというような、燃焼状態にならないということがほかの、ここで引用しておりますけれども、こういった研究からもありますので、我々の場合はその酸化による燃焼がさらに継続して温度を上げていくといったことを否定しているといえますか、考えておりません。

○原子力機構（飯垣マネージャー） 原子力機構の飯垣です。

つけ加えますと、酸化はしますけれども、それはどんどん減肉していきただけで、自分が

燃えて、温度が高くなるという状態はないというものでございます。

以上です。

○青木（昌）チーム長 原子力規制庁の青木です。

説明はわかりましたけれども、ここで例えば別-123では、なお最近の研究ではというふうな書き方なので、もう少しここは論拠があるように、じゃあ少し書いていただけますか。これだと、こういうレポートも出ているということで、この説明は本当にサポートしているものかよくわからないものですから、そこは明確にさせていただければと思います。

○原子力機構（濱本研究副主幹） 原子力機構の濱本です。

承知しました。

○大向チーム員 規制庁の大向です。

その論文にもあるのかもしれないんですけども、もう一点ちょっと疑問に思うというか、質問なんですけど、その燃焼にかかる物性、結晶黒鉛はセルフ・サスペンド・パーニングがあまりないと。高放射線にさらされた後でもそれは大丈夫という結論は出ているんでしょうか。

○原子力機構（本研究副主幹） 原子力機構の濱本です。

我々のほうでも公開している文献の中では寿命の期間中は、物性値はほぼ変わらないというふうに報告させていただいておりますので、その辺りちょっと整理したいと思います。よろしいでしょうか。

○大向チーム員 はい、わかりました。

○田中委員 あとありますか。

○榊見チーム員 規制庁、榊見です。

事故の拡大の防止策についてです。放射性物質の放散抑制と、それから黒鉛酸化の抑制を目的として格納容器へ放水を検討するというふうに申請書に書かれていますけれども、これは格納容器や原子炉圧力容器が健全な場合に限定した対策なのか、そうでない場合にも用いるというふうに考えておられるのか、これはどちらでしょうか。

○原子力機構（飯垣マネージャー） 原子力機構の飯垣です。

御質問の趣旨は圧力容器が中で壊れていても、格納容器に水をかけるという意味ですか。

○榊見チーム員 規制庁、榊見です。

そういうことなんですけど、要は格納容器や原子炉容器が壊れていて、放水して、中に水が入ってしまっただけで困ることはないんですかと。そういう場合に水をかけないという、そう

されるのかと、そこをちょっと聞かせてください。

○原子力機構（飯垣マネージャー） 原子力機構の飯垣です。

圧力容器の破損まではBDBAでも考えなくてもよいという話を以前されていたかと思いますが、そこまでは考えてございません。

以上です。

○榊見チーム員 規制庁、榊見です。

その場合は、もしそういうことが起こっても放置しておけば燃料が壊れないから、それでいいんだということかもしれないんですけど、そういう理解でよろしいですか。

○原子力機構（飯垣マネージャー） 原子力機構の飯垣です。

基本的には放っておけば、温度はどんどん下がっていくというふうに考えてはおります。

以上です。

○榊見チーム員 規制庁、榊見です。

承知しました。それで関連してといたしますか、燃料が壊れないという前提で伺いますけれども、停止機能の喪失事象の対策として、手動操作によるスクラム、それから後備停止系、それによる炉停止というのを挙げていらっしゃると思うんですけども、これらが有効でない場合というのは、もう放置するしかないという感じですかね。

○原子力機構（飯垣マネージャー） 原子力機構の飯垣です。

これまでの安全性実証試験の結果からも、制御棒が入らなくても原子炉は安定な状態になるというような結果が出ておりますので、今のところは、特に考えてはございませんが、そのまま出力は下がっていくものと思います。

以上です。

○榊見チーム員 規制庁、榊見です。

そのときに、要するに、低温停止するまで、原子炉の30MWで運転し続けて、だんだん燃料が減って行って、あるいはFPが蓄積されて、反応度が下がって停止していくということだと思っておりますけど、それまでにどれぐらいの時間がかかるかわかりますか。

○日本原子力研究開発機構濱本研究副主幹 原子力機構の濱本です。

一点御確認させていただきたいんですけど、冷却機能は、そのままの状態。

○榊見チーム員 規制庁、榊見です。

失礼しました。冷却機能は、維持されているという前提で。

○日本原子力研究開発機構濱本研究副主幹 通常運転状態で停止機能だけ喪失した場合、

どのようになるかという。

○榊見チーム員 規制庁、榊見です。

もう少し申し上げますと、何でこんなことを聞いているかという、その時間がわかったとして、30MWかそれに近い出力がどれぐらいの時間、出続けるかということについて、停止機能だけじゃなくて、遮蔽の機能が一部失われたという場合、冷却機能が生きているので、原子炉圧力容器は多分健全で、その外側の格納容器が損傷しているということだと思うんですが、そういった場合に、敷地周辺の被ばく線量、直接ガンマ線、スカイシャインガンマ線、要するに、放射性物質は出ないんだけど、直接線と、スカイシャイン線によってどれだけ被ばくが増えるかという、そこをちょっと知りたいんですけど。

○日本原子力研究開発機構濱本研究副主幹 原子力機構の濱本です。

敷地の外、敷地境界異常のところへの放射線影響については、今おっしゃった状況であれば、ほぼ変わらないと考えられるんですけども、遮蔽の機能を果たしているCVのコンクリートが消えてなくなるということも少し考えにくいので、正確にこのぐらい値変わりませんかというの、ちょっと難しいのかなというふうには思いますけども。

○榊見チーム員 規制庁、榊見です。

おっしゃることはわかるんですが、逆にCVの遮蔽によって、どの程度、減衰しているのかというのわかりますか。

○日本原子力研究開発機構濱本研究副主幹 原子力機構の濱本です。

運転中のCV内の空間線量率が、通常我々の管理区域内の作業員の作業性を阻害するほど高くないので、そのCVが遮蔽としては機能期待しないという場合に、その外に影響があるとは考えられません。

○榊見チーム員 規制庁、榊見です。

わかりました。

あと、もう一点だけ確認したいんですけど、事故評価の条件として、被覆粒子燃料の破損割合1%というふうに設定されていると思うんですが、ここについては、以前の御説明で、1次系のヘリウムガスに含まれる放射性物質の濃度を評価されて、破損割合としては、 10^{-6} のオーダーだというふうな御説明があったと思うんですけども、その炉心に装荷する前の、今、1炉心分用意されていると思うんですけど、その新燃料の破損割合というのは、事前に確認はされているんでしょうか。

○日本原子力研究開発機構濱本研究副主幹 原子力機構の濱本です。

我々が2次燃料と呼んでいる燃料について、1次燃料と、今収まっているものと同様に、燃料製造時のデータ、これも公開しております、1次燃料と、ほぼ同等というふうに検査で評価しております。

○梶見チーム員 規制庁、梶見です。

それと、実際に交換した場合も含めて、運転状態において、被覆粒子燃料の破損割合が1%を下回っているということを、監視できているのかという、どういうふうに担保するのかというのを教えてください。

○日本原子力研究開発機構濱本研究副主幹 原子力機構の濱本です。

HTTRに備わっている1次冷却材と放射能計装、あと燃料破損検出装置等で、運転中、常に監視できておりますので、それが低い値で、今、保たれておりますけれども、そこから上昇した場合、運転員の監視、もしくは、1%より低いところで設定している警報等で検知可能です。

○梶見チーム員 規制庁、梶見です。

承知しました。

私からは、以上です。

○田中委員 あと、ありますか。

○大向チーム員 規制庁、大向です。

別の46ページの⑫番なんですけれども、今までの話を聞いて、我々も黒鉛酸化というのは非常に気にしていたところなんですけど、結局黒鉛の酸化というのが、あまり考えられないとすれば、⑫の後段にある黒鉛の酸化の早期収束に努める必要はないのではないかなと思うんですが、いかがですか。

○日本原子力研究開発機構飯垣マネージャー 原子力機構の飯垣です。

そちらにつきましては、やはりおそれがあるということで、なるべく早くしたほうがそれはベター論といいますか、ということで記載させていただいております。

以上です。

○大向チーム員 規制庁、大向です。

ベター論はわからなくはないんですけども、他の原子炉でもその水をかけるというのは、本来水があるべきところに水を入れるというのは、これが主流。一方、HTTRのこの水をかけるというのは、本来水がない場所に水をかけるんですね。そうすると、それによって何らかのリスクが高まる可能性があって、そこまでして水をかけるものなのかなというのは、

ちょっと疑問に思うんですが、いかがですか。

じゃあ、もう一つ私のほうから。あと、水をかけることによって中から放射性物質が出てくるのを抑える。これは、多分その水がない場所に水をかけるということに対して、十分説明がつくと思うんですね。だから、そこの関係で言うと、その黒鉛の酸化を抑えるために水をかけるというのは、ちょっとナンセンスな感じがして、あまりそこは要らない。むしろ、その黒鉛の酸化を収束させるということについては、むしろあまり起こらないので、それだけだったら、ほっといたほうが多分HTTRの場合はいいのかなと。だから、その辺の書き分けをしたほうが、よりベターな書きぶりになるんじゃないかと思うんですけどもいかがですか。

○日本原子力研究開発機構飯垣マネージャー 原子力機構の飯垣です。

おっしゃるとおりで、やはり水をかけること自体はあまり機器に対しては、よろしくないというのは考えてございます。しかしながら、BDBA、多量の放射物質が放出する事象につきましては、何か対策が必要だということで、最終的な手段ということで、水をかけるというふうな対策を、今、取らせていただいております。

ということで、水をかけるというふうにはしてございますけれども、実際は、本当に早期に収束させるという目的ではございますけれども、効果としては少ないというのは思っておりますので、温度を下げるという観点ですけども、それなので、なるべくは本当は水はかけないほうがいいかなとは思っております。

以上です。

○大向チーム員 規制庁、大向です。

もう一つ、気にしているのは、かけた水が炉容器の中に入ってしまって、その水が水蒸気爆発とかはないと思うんですけども、むしろ中から放射性物質を出すのを加速させたりとか、何か予期せぬことがあり得るんじゃないのかなというのが、ちょっと心配なんですけれども。

○日本原子力研究開発機構飯垣マネージャー そこは、基本的にはないとは考えておりますけれども、設置変更許可申請書の記載ぶりを少し見直すという形にさせていただければと思うんですけども。それでよろしいでしょうか。

○大向チーム員 ということで、もう一回審査会合ということでしょうか。

○日本原子力研究開発機構飯垣マネージャー 基本的には、このままで問題ないとは考えてございますので、このままでいかせていただければとは思っておりますけれども。

○大向チーム員 規制庁、大向です。

ここは、新たないわば肝の部分なので、しっかり記載されたほうがいいのではないかと思いますので、この場で即答というのも難しければ、一回お持ち帰りになって、中で検討していただくという手もあるかと思いますが。

○日本原子力研究開発機構篠崎部長 原子力機構の篠崎です。

御趣旨は理解しましたので、持ち帰って検討させていただいて、回答させていただきたいと思います。

○田中委員 あとありますか。

○宮本チーム長補佐 規制庁、宮本です。

今後の進め方にも関係あるところなんですけれども、どれぐらいでと考えられていますか。今の時間ですね。考えて、また説明しますというの、どれぐらいに時間で考えられていますかというのを教えてほしい、というのが、今後、いつも聞いている話ですけれども、どれぐらいで補正の時期ってどう考えていますか、ということにも関係あるので、その補正の時期をちょっと教えていただければと思います。

○日本原子力研究開発機構篠崎部長 原子力機構の篠崎でございます。

本日、コメント新たに受けましたので、それは、また検討させていただきたいとは思いますが、今まで第4回までの補正審査を行ってきております。7月11日に今までのコメントを反映しました補正を行う予定としております。これにつきましては、今も機構内の手続を進めておりますので、これは、これとして進めていきたいと思っております。

その後、また、うちで検討した結果、第6回の補正審査が必要だというふうに判断した場合は、また、その日程については、御相談をさせていただければと思っております。

○宮本チーム長補佐 はい、わかりました。

あと、もう一つお聞きしておきたいのが、今後、設工認とか、保安規定については、どのような進め方を考えられておりますか。

○日本原子力研究開発機構篠崎部長 原子力機構の篠崎でございます。

設工認につきましては、今のところ三分割で申請を予定しております。2月9日に第1回の設工認申請を行っております。これにつきましては、固定モニタリングポスト、それから安全避難通路について申請をしてございます。これについては、ヒアリングを受けておりました、7月下旬ごろにこれの補正を行いたいと思っております。

また、第2回の申請、これも7月11日、先ほどの第5回の補正申請とあわせまして、設工

認の第2回の申請を行っていきたいと思っております。第3回が、10月エンドぐらいを、今、目標に準備を進めてございます。保安規定につきましても、7月エンドを、今、目標に作業を進めているところでございます。

○宮本チーム長補佐 はい、わかりました。

○田中委員 あと、よろしいですか。それでは、議題の（2）はここで終了したいと思います。ありがとうございます。

ここで、また出席者の入れかわりがございますので、2、3分程度中断いたします。

（休憩）

○田中委員 それでは、審査会合を再開いたします。

議題の（3）といたしまして、JRR-3の設置変更許可申請に係る新規制基準の適合性の状況について確認してまいります。

本件も、HTTRと同様、設置変更許可申請の施設側の審査を終了していると、平成29年9月第219回会合で確認したところですが、その後最終の補正までに時間を要していたことから、状況及びその内容について確認するものであります。それでは、資料3を用いまして、JAEAのほうから説明お願いいたします。

○日本原子力研究開発機構荒木マネージャー 原子力機構のJRR-3の荒木と申します。

それでは、資料3に沿って御説明をいたします。

JRR-3における前回の審査会合は、昨年9月に実施しておりまして、それ以降ヒアリングで幾つか事実関係の確認をしてしております。また、補正を3回ほど出してしております。その経緯御説明いたします。

まず、ヒアリングの回数としましては、6月いっぱいまでで19回ほど行っております。主な事実関係の確認事項ですけれども、一つが使用済み燃料貯蔵施設DSFですね。JRR-3の原子力建屋とは少し離れたところの場所にある建物ですけれども、そちらの施設の津波対策について、御説明しております。それから、もう一つが、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止ということで、BDBA対策について幾つかコメントがございましたので、そちらの回答をしております。

そのほか、審査会合、それからヒアリングで出されたコメント、あるいは、第3回、第5回補正に対して出されたコメントについて、説明を行ってまいりました。この間、補正については、3回ほど提出しております。昨年10月の終わりに、第3回補正ということで、大きなどころでは、自然現象等におけるグレーデッドアプローチの適用というところで、6

条関係のところを、少し考え方を变えるというような内容で提出しております。

それから、今年の2月に主に添付書類六関係ですね。地盤、地震、津波については、地震、津波のほうの審査の対応状況の反映ということで、大きく記載変更しております。

それから、本年5月に第5回補正ということで、使用済燃料貯蔵施設（DSF）の津波による機能喪失時の影響評価の追加というところが一つ大きなところですがけれども、その他幾つか修正をするというような内容で補正を出しております。

続きまして、資料3-1でございますけれども、DSFの津波対策ということで、こちらは第5回の補正で対応した内容、今年の5月25日に出した内容ですけれども、DSFについては、耐震Bクラスであるということで、設計上考慮すべき津波はL2だということとしていたんですけれども、津波によって密封容器が壊れた場合の影響評価を示すようにというコメントございましたので、津波による機能喪失を仮定した影響評価を示すことにいたしまして、第5回補正で対応いたしました。

その第5条の適合のための設計方針のDSFについては、(3)になります。

こちら、耐震Bクラスに属する施設を有する使用済燃料貯蔵施設については、津波による安全機能の喪失を想定しても、別紙1に示すとおり、5mSvを超えない施設であるというところを明記しております。別紙1のほうでは、その下のところですがけれども、DSFが、津波によって損傷して、そのDSFで貯蔵している使用済燃料が機械的に破損するということ仮定して、そのときに出てきた放射性物質によって、どの程度影響があるかというところを評価してございます。評価条件としては、DSFを建設した当時の原子炉設置変更許可申請書に記載されている条件を基に、設定をして評価をしております。

裏のページにいきまして、2ページのほう、評価結果が出ておりますけれども、評価の結果としては、 10^{-5} mSv程度ということで、5mSvに比べて十分小さいということをお示しいたしました。こちらが、DSFの津波対策についてでございます。

それから、資料3-2でございますけれども、こちらは、BDBAへの対応ということで40条への適合性をまとめた資料でございます。

BDBAに関しては、昨年4月の審査会合が最後でございまして、そのときの資料に、ここ最近のコメントで回答しているような内容を盛り込む形で資料修正してございます。

ページを少し進んでいきまして、5ページのところに基本的な考え方を示しておりますけれども、JRR-3の（新規制基準に係る）最初の申請のときには、燃料が破損するような事故を起こさせないようにするためにはどうしたらいいか、というところを一生懸命説明

していたんですけれども、審査会合におきまして、そうではなくて燃料が壊れて以降、どういう対策を取りますかというところを説明してほしい、ということがございましたので、5ページの模式図でいうところの一番右のところですね。燃料が壊れて、多量の放射性物質が放出すると、そういう事故に至ったときの対策を中心に考えるということで考えております。

事象の選定につきましては、基本的な機能である原子炉の停止、冷却、閉じ込めの各機能が設計基準事故で想定したときの条件を超えて機能喪失するということを想定してございまして、事象選定の考え方については、9ページにまとめておるんですけれども、停止、冷却、閉じ込めに加えて、例えば外部事象で多重故障が起きるというようなことを考慮して、事象を選定してございます。

その結果、事象選定の結果、15ページにまとめているんですけれども、JRR-3でBDBAとして考える事象としては、三つ取り上げております。一つが、基準地震動を超える地震によるスクラム失敗事象、それから炉心流路閉塞による炉心冷却機能の喪失、それから、③が、基準地震動を超える地震による冠水維持機能喪失と、いう三つを選定しております。このうち、最も、JRR-3にとっては、インパクトが大きいものは、③番、冠水維持機能の喪失事象ということになります。

その、各事象への対策については、17ページ以降まとめております。基本的には、前回御説明したところから、変わっておりません。

23ページのところなんですけれども、冠水維持機能の喪失事象ということで、最悪1次冷却系配管の全周破断が起きる、というところをBDBAのほうでは想定しているんですけれども、ここでは、そこにまでは至らないけれども設計基準事故は超えるというような事象を想定したときに、どういう対応が取れるかというところをまとめた資料でございます。設計基準事故のうち、1次冷却材流出事故というのがあるんですけれども、こちらは、漏えい口の面積としては $Dt/4$ を考えているわけですが、これにサイフォンブレイク弁（二系統）ございますけれども、二系統とも働かないという事象を想定したものでございます。このときには、通常は原子炉プールの水位が通常水位から、300cm下がったところでサイフォンブレイク弁が作動するはずなんですけれども、それが作動しない。二系統とも作動しないということを考えております。この場合には、制御室のほうで、サイフォンブレイク弁が作動しないということがわかりますので、その場合には、対策としては、(c)に書いてありますけれども、直ちに軽水貯留設備、こちらを使って給水する。それから、原子炉建家

の地下にある、一次区画というエリアがあるんですけども、そこに漏れた水がたまっているとされますので、そういったところから可搬型ポンプを使いまして汲み上げを開始するという対策をとります。

そうしますと、流出流量との関係から給水量を一時間当たり40m³ほど確保できれば、その冠水維持ができなくなるまでの時間を3時間程度は稼げるということになります。その間に、さらに一時間当たり20m³ぐらいの給水を確保できれば、プール水は下がることがないということになります。このときには、時間的な余裕を持って流出箇所の補修等を行うことができると考えておまして、当然、今、申請書の中で示しているBDBAの対策について準備をするというのは当然なんですけれども、それに至らない途中ぐらいの事象についても、こういう事故に備えて給水、それから汲み上げ対策といった手順書を整備したりとか、訓練によって実効性を確保していきたいということで考えております。

また、漏れ口面積がDt/4を超えるようなときには、このページの右下の図の水位が下がっていく曲線がありますけれど、この勾配がだんだんきつくなって、どこまで間に合わなくて燃料が破損するということになるんですけれども、そういうときには影響緩和対策をとるということになります。そちらについては、既に補正の中で説明をしておる内容となります。

それから、29ページのところで仮に燃料が破損するというようなときには、原子炉プールのほうに近づけないでしよう、そういうときに給水対策はどうしますかというところで考えた対策なんですけれども、以前に比べて少し詳細に検討を進めたので、そういった内容を盛り込んでおります。

原子炉建家に既設のフランジ部分がございます、そこを少し加工して外からホースを接続できるような接続口を設けることにいたします。そこから原子炉建家の中のほうはホースを接続して原子炉プールまで配管を接続しておくということで考えております。

30ページのところが、原子炉建家の外の給水をどうするかというところを今検討しているものをお示ししております。冷却塔がございます、そちらのポンド、補給水ポンドと冷却塔ポンドと二つございますので、こちらからホースをはわせて原子炉建家まで持ってきてまいります。

それから、原子炉建家の中に入ったところが31ページのほうに書いてありますけれども、フレキシブルのホースを敷設しまして、原子炉プールに入れるということで考えております。原子炉プールには貫通スリーブがございます、そこで、今使っていないものを使っ

て、そちらから原子炉プールのほうに水は給水できるようにするというので考えております。

それから、36ページのところで停止機能の喪失と冠水維持機能の喪失が同時に発生した場合の対策についてコメントがございましたので、こういうときの対応をまとめております。我々にとっては、冠水維持機能というのが肝になる機能ですので、こちらの機能の回復というのが最優先になります。補修をするなり、給水をするなりということになります。こちらで成功すれば、その次に停止機能の回復に当たるということになります。失敗すれば、当然、燃料破損に至りますので、そのときには影響緩和対策に移行するというようになります。

こういった対策は、各想定事象における対策に既に含まれていまして、停止機能と冠水維持機能の喪失を重畳しても新たな対策を追加する必要はないということと考えております。

それから、停止機能の喪失の拡大防止対策として、ホウ酸投入ということ対策としては掲げたんですけれども、その実現性のところの説明でございます。このホウ酸投入については、全制御棒の挿入が失敗して、かつ、重水ダンプにも失敗するという場合においてやるんですけれども、これがそもそも有効な条件というところでは、出力の変動が少ない安定状態にあつて、強制循環冷却はできているという条件がある場合でございます。このときには、ホウ酸を投入するということを考えるわけですけれども、減速材の温度効果が一番効くと思われまますので、そういった効果を考慮して、負の反応度としては約0.6%ほど、ホウ素の濃度でいうと45ppmほどを考えております。こちらの投入を想定してプールと1次系の水の量を考慮すると概算で70kgぐらいのホウ酸を持っておこうということは今考えております。

投入に関しては、原子炉プール、カナルなどに水はありますので、そういうところから水を持ってきて溶かして照射プラグのところから炉心に向かって投入するということを考えてございます。

それから、38ページ～40ページにかけてが事故時の対応ということで少しまとめたものでございます。

事故対応については、原科研の事故対策規則のもと行うんですけれども、この原科研の事故対策規則というのは保安規定に基づいて防護活動の基本的事項について定めたものでありまして、JRR-3ほか、原科研の施設で事故、故障が発生した場合の対応をまとめたも

のでございます。

原科研の防護組織としては、39ページにあるような体制、それから、JRR-3の事故対応のための組織というところでは40ページに記載してございます。こういった体制のもと、事故対応に当たるといふことで考えております。

以上が審査会合以降、事実確認を受けてきたものについて資料を追加したところを中心に御説明をいたしました。資料の説明については以上でございます。

○田中委員 ありがとうございます。それでは、ただいまの説明に対しまして、規制庁のほうから質問、確認等ありましたらお願いいたします。

○榊見チーム員 規制庁の榊見です。

40条関係、資料3-2のほうについて幾つか確認をさせていただきたいと思っております。

まず、資料の37ページのホウ酸の投入についてですけれども、こちらで、まず、補償すべき反応度として、主に減速材温度効果として約0.6%とされていますけれども、ここに燃料の温度が下がることによるドップラーのフィードバックが含まれていると考えてよろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（荒木マネージャー） 原子力機構の荒木です。

文章としては減速材温度効果しか書きませんでしたけれども、実際には、そのほかの効果も考慮して、ドップラー効果がそもそも減速材温度効果の一桁ぐらい小さいぐらいの値になるかと思っておりますけれども、一応考慮はして0.6という数字を出しております。

○榊見チーム員 規制庁の榊見です。

係数としては、多分、一桁小さいということだと思うんですけど、温度の変化幅は燃料のほうが大きいですので、その辺は考慮されているんだと思っておりますけれども、あと、平衡炉心の減速材温度係数を用いて評価されているということですが、ホウ酸については、以前、初装荷炉心で評価しているというような御説明があったと思いますが、それはいかがですか。

○日本原子力研究開発機構（荒木マネージャー） 原子力機構の荒木です。

その辺については、今、細かい評価はしているんですけども、一般には初装荷のほうの評価上は厳しく定性的にはなるはずと考えております。今、評価していますので、そこは数字でまた後日説明したいと思っております。

○榊見チーム員 規制庁の榊見です。

許可の段階で、今70kgというふうに概算をされているホウ酸の量ですね。それが多少増

えるということがあるかもしれませんが、その辺は評価していただいて、保安規定の説明のときに、これぐらい用意しますというようなことをおっしゃっていただければと思います。

あと、引き続き、機能喪失の重畳について確認させていただきたいんですが、停止機能の喪失とその他の機能の喪失が重畳した場合の対策が一番厳しいとされている冠水維持機能の喪失の対策に包含されているかという観点で、まず、停止機能が喪失して、かつ、強制冷却機能が喪失されると、冠水は維持されているという場合に、こういう場合はホウ酸は入れないということだと思えるんですけども、重水ダンプができたとしますと、重水ダンプで原子炉が未臨界になるまで、ある一定の時間がかかると思うんですけど、その間に燃料が損傷、熔融まで行くのかどうか、損傷するということになるのかどうか、まずそこを教えてください。

○日本原子力研究開発機構（荒木マネージャー） すみません、ちょっと聞き漏らしたのかもしれませんが、強制冷却はできていない、いる、どちらでしたっけ。

○榊見チーム員 規制庁の榊見です。

強制冷却はできていない。

○日本原子力研究開発機構（荒木マネージャー） 確認ですが、冠水維持はできている。強制循環冷却がとまった。つまり、ポンプがとまった。それで20MW定格運転中で重水ダンプをするということ、そういう条件で燃料がどうなるかという御質問ということでよろしいでしょうか。

○榊見チーム員 規制庁の榊見です。

今おっしゃったとおりです。

○日本原子力研究開発機構（荒木マネージャー） 原子力機構の荒木です。

強制循環がとまるということは、全電源喪失に相当する、ちょっと待ってください。

強制循環ができていなくて、スクラムはできないということになりますので、その場合には燃料が破損して影響緩和モードに移行するということになると思います。重水ダンプの有無に関わらずですね。

○榊見チーム員 規制庁の榊見です。

その場合、その対策、燃料が損傷して影響緩和モードに行くとして、そのときの対策というのは、冠水維持機能の喪失に対する対策と同じでいいのか、あるいは、追加の対策が必要となるということはないでしょうか。要するに、燃料が、出力状態がある程度続いて、

割と早く溶融してしまうようなときに、水はあるとしてですね。そのときに、要するに未臨界の状態で崩壊熱で溶けるというのと何か違いがあるのかどうかという観点での質問です。

○日本原子力研究開発機構（荒木マネージャー） 原子力機構の荒木です。

燃料破損の程度は、大小あるかもしれませんが、対策というところでは、結局、使えれば非常用排風機を使うとか、それが使えなければ原子炉建家換気を全部停止して原子炉建家を目張りするなどして、原子炉建家に閉じ込めるとかということになりますので、程度の大小はあれ、対策は変わらないというふうに考えています。

○梶見チーム員 規制庁の梶見です。

承知しました。

あともう一点です。停止機能が喪失していて、あと、冠水維持機能が一部喪失するといふときに、どの程度水位が下がってくると炉心に対して、炉心の有効長に対して、あるいは、炉心の上部の遮蔽機能としてのプールの水位というのが、どの程度失われると未臨界となるのかということを確認させていただきたいと思います。

○日本原子力研究開発機構（荒木マネージャー） 原子力機構の荒木です。

御質問の趣旨は、要は、燃料の上の要は水の層がだんだん薄くなって、そうすると減速の効果が減って、あるいは、漏れる中性子が増えて、どの程度、要は水が薄くなれば未臨界の体系に移行しますかという御質問と受け取っていいでしょうか。

○梶見チーム員 規制庁の梶見です。

すみません、回りくどくて申し訳ないですが、要は、聞きたいのは、要するに水位がある程度下がってくると。ただし、出力は20MWを維持された状態というのが想定されると思うんですけど、そこまでだと強制冷却ができていれば、燃料は損傷しないんだろうと思うんですけど、そのときに、じゃあそこでさらにポンプもとまりましたということが起こったときに、燃料の損傷の程度というのが、あるいは、水位が単に冠水維持機能が喪失して全部抜けちゃいましたというときとはちょっと違うと思うんですけど、その場合の対策というものを冠水維持機能が喪失した場合の対策と同じでいいのかということなんです。

○日本原子力研究開発機構（荒木マネージャー） 原子力機構の荒木です。

今おっしゃっている中では、途中で強制循環がなくなるということでしたので、その場合には、20MWで運転していて強制循環がなくなれば、その時点で燃料が破損して影響緩和のほうに移行するということになるかと思っています。影響緩和の対策については、先ほど

御説明したとおりということになります。

○梶見チーム員 規制庁の梶見です。

要は、停止機能の喪失と、その他の機能の喪失というのを重畳させても、結論として冠水維持機能の喪失の対策を用意しておけば、最終的にはそこに行ってしまうんで、そこをやってあげればいいという、そういう理解でよろしいですか。

○日本原子力研究開発機構（荒木マネージャー） 原子力機構の荒木です。

そのような理解で問題ないと思います。繰り返しになりますけれども、冠水維持機能というのがJRR-3、プール型の原子炉にとっての生命線になりますので、こちらの機能回復というのが最優先と、どういう場合であっても冠水維持機能の回復が最優先ということで間違いないです。

○梶見チーム員 規制庁、梶見です。

承知しました。私のほうからは以上です。

○田中委員 あと、ありますか。

○大向チーム員 規制庁、大向です。

ホウ酸の投入ですけれども、70kg粉末を溶かすということなので、一応、こちらで調べたらホウ酸の溶解度って1kgの水に対して7gらしいので、そうすると水量が物すごいんですよ。温度を上げると100gぐらいになるんですけど、そうすると、炉心に入れた途端に析出するということになるんで、この辺は後段規制のときにデータなりを添えて、これでちゃんと溶かせるんですというのを教えていただければと思います。

○日本原子力研究開発機構（荒木マネージャー） 原子力機構の荒木です。

先ほどの梶見さんからのコメントもそうですけれども、今いただいたコメントについても保安規定の審査の中で、今、概算の数字しか載せていませんので、多少、この数字は前後することはあるかもしれませんが、きちんと評価をして数字は我々として確定させてきちんと実現できるというところは御説明していきたいと思っております。

○田中委員 あと、ありますか。

○宮本チーム長補佐 規制庁の宮本です。

ちょっと内容ではないんですけれども、いつもお聞きしていることなんですけれども、今後の補正等についてどう考えられているのか。前回も申し上げましたけれども、JRR-3、廃棄物処理場との関係もあって、廃棄物処理場を補正する予定ということなんですけれども、その辺、前回7月というふうにお聞きしているんですけれども、もう7月に入っていますけれ

ども、7月であれば7月のどの辺かとか、その辺の予定はどうなっていますでしょうか。

○日本原子力研究開発機構（車田技術副主幹） 原子力機構の車田です。

放射性廃棄物処理場の補正につきましては、来週を目標に今準備中でございますので、準備ができ次第、速やかに申請させていただきたいと考えております。

以上です。

○宮本チーム長補佐 JRR-3のほうは、この前で最終補正と聞いていたんですけども、つい最近、東海第二と一緒に審査を進めていた部分もあったりするうちの東海第二の補正なんかもされたんですけども、JRR-3のほうは補正の予定とかというのはいかがですか。

○日本原子力研究開発機構（和田次長） 原子力機構の和田でございます。

JRR-3関係の補正でございますが、処理場が最終補正を来週ぐらいに出すという今御説明がありましたけれども、記載内容も処理場と合わせるところがありますので、それと合わせるとというのが一つと、先ほど、東海第二の基準地震動も一部同じように使っているところがありますので、基準地震動関係。それに関する記載の見直しというのもあると思っておりますので、速やかに処理場関係の記載と基準地震動関係の記載を見直して、補正申請を近いうちに出そうというふうには考えております。これをするによってJRR-3、処理場とともに許可のほうをいただけるものと思っております。

また、後段規制でございます。いわゆる設工認と保安規定につきましても、JRR-3関係、近いうち、来月には申請したいというふうに考えておりますので、審査のほど、よろしくお願ひします。

簡単ですが以上です。

○宮本チーム長補佐 今のお話の中で、設工認は分割とかどんな出し方を予定されていますか。

○日本原子力研究開発機構（和田次長） 原子力機構の和田でございます。

設工認は、工事を伴わないもの、例えばNSRRと同じように通信連絡設備であったりとか、照明関係、そういうものは、それを単体で、一応分割と考えています。工事を伴わないものが一つですね。あとは、建家関係の補強、原子炉建家も耐震の補強工事を計画しておりますので、建家の設工認、それはそれで出そうというふうに考えています。

あとはSクラスです。耐震Sクラスの機器がございますので、その評価が、当然、原子炉プールとか機器なんかもありますので、それはそれでという形で出そうという形で大きくくりでいいますと、三つぐらいに分けて申請しようというふうに考えてございます。

○宮本チーム長補佐 わかりました。以上です。

○日本原子力研究開発機構（荒木マネージャー） 原子力機構の荒木ですけれども、今申し上げた最初の二つについては、その中で幾つか分割するというのも考えておきまして、またちょっと全体像を今どのくらいに分割して出すのかというところは検討しているので、申し上げられないんですけれども、大きくくりとしては三つの段階に分けて申請しようということを考えているということでございます。

○宮本チーム長補佐 わかりました。

今は、細かく幾つというのを聞いたかったわけではなくて、大きくは幾つぐらいかなというのさえ聞かせていただければいいんですが、大体それがまたいつごろになるのかというのがまたお聞きしたかったということです。

以上です。

○田中委員 よろしいですか。

よろしければ、これを持ちまして本日の審査会合を終了いたしますが、今日もありませんけれども、核燃料施設等、試験炉も含めて、核燃料施設等の審査の透明性を高めるために、一定期間ごとに公開の審査会合を開催し、事業者のほうから状況を報告していただくというふうなことにしたいと思っておりますので、よろしく願いいたします。

それでは、本日はどうもありがとうございました。